

JAERI-Research
97-051



JRR-3での岩石型Pu燃料照射実験の燃焼解析手法の検討

1997年7月

中野佳洋・高野秀機・秋江拓志

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1997

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷(株)

JRR-3での岩石型Pu燃料照射実験の燃焼解析手法の検討

日本原子力研究所東海研究所安定化プルトニウム燃料・燃焼法研究特別チーム

中野 佳洋・高野 秀機・秋江 拓志

(1997年6月17日受理)

JRR-3のベリリウム反射体中の照射孔において照射試験が行われた岩石型プルトニウム燃料の照射試験用試料について、その燃焼解析手法の検討を行った。使用した計算コードは、SRAC、ORIGEN 2、MVPである。SRACコードを用いた計算では、照射場のベリリウム反射体の中性子エネルギースペクトルをあらかじめ求め、これを照射キャップセル外部境界からの入射スペクトルとする固定源計算と燃焼計算とを組み合わせた計算を行った。このとき照射キャップセル内のモデル化について、簡易モデルと詳細モデルとの比較を行い、計算結果に与える影響を評価した。また、ORIGEN 2コード、MVPコードによる計算も行い、計算結果や断面積の比較等を行った。

A Study of Burnup Analysis Method for Irradiation Test
of Rock-like Plutonium Fuel Sample Performed at JRR-3

Yoshihiro NAKANO , Hideki TAKANO and Hiroshi AKIE

Excess Plutonium Disposition Fuel Research and Development Team
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received June 17, 1997)

A study of burnup analysis method for the irradiation test of Rock-like Plutonium Fuel sample has been performed. The samples have been irradiated in the irradiation hole in the beryllium reflector of JRR-3. Computer codes used for the analysis are SRAC, ORIGEN2 and MVP. In the calculation using the SRAC code, fine energy group neutron spectrum of the beryllium reflector is calculated. Burnup calculation of the irradiation capsule is done using the spectrum as a boundary source into the capsule. In the burnup calculation for the capsule, two kinds of simple and detailed models are considered and the results calculated are compared and discussed. Some calculations are also performed with the ORIGEN2 code and the results are compared with those calculated by SRAC. The accuracy of the results calculated with the SRAC code is examined as comparing with those obtained rigorously by the continuous energy Monte Carlo code MVP.

Keywords: Rock-like Plutonium Fuel , Irradiation Test , JRR-3 , Burnup Analysis , SRAC ,ORIGEN2
MVP , Beryllium Reflector , Neutron Spectrum , Boundary Source

目 次

はじめに	1
1. 照射実験の概要	1
1. 1 照射試料	1
1. 2 照射条件	3
2. 照射実験の解析	7
2. 1 計算コードおよびライブラリ	7
2. 2 SRACコードによる解析	7
2. 3 ORIGEN 2 による解析	8
3. 解析結果の比較検討	14
3. 1 SRAC簡易モデルとORIGEN 2 (PWRライブラリ)との比較	14
3. 2 SRAC簡易モデルとORIGEN 2 (SRACライブラリ)による燃焼度の計算結果	15
3. 3 SRAC簡易モデルとORIGEN 2 (SRACライブラリ)によるXe生成量の計算結果	16
4. 詳細モデルを用いたSRACによる燃焼解析	20
4. 1 詳細モデルによる計算手法	20
4. 2 詳細モデルによる計算結果	20
5. MVPによる計算モデルの検討	23
まとめ	25
謝 辞	26
参考文献	26
Appendix-A ライブラリを変化させた場合の燃焼度の変化について	27
Appendix-B フルエンスモニタの測定値と、計算時の熱出力の規格化について	28

Contents

Introduction	1
1.Brief Description of Irradiation Test	1
1.1 Irradiation Sample	1
1.2 Irradiation Condition	3
2.Analysis of the Irradiation Test.....	7
2.1 Calculation Code and Neutron Cross Section Library	7
2.2 Calculation with the SRAC Code	7
2.3 Calculation with the ORIGEN2 Code	8
3.Comparison of the Calculated Results	14
3.1 SRAC with Simple Model and ORIGEN2(PWR Library).....	14
3.2 Burnup between SRAC with Simple Model and ORIGEN2(SRAC Library).....	15
3.3 Xenon Production between SRAC with Simple Model and ORIGEN2(SRAC Library).....	16
4.Burnup Analysis with the SRAC Code Using Detailed Calculation Model	20
4.1 Description of the Detailed Calculation Model	20
4.2 Results of the Detailed Calculation	20
5.Examination of SRAC Calculation by the MVP Code	23
Conclusions	25
Acknowledgments	26
References	26
Appendix-A Effect of Neutron Cross Section Library on the Burnup Calculation	27
Appendix-B Measured Value of Fluence Monitor and Normalization of Thermal Power at Calculation	28

はじめに

近い将来、軽水炉の使用済み燃料から再処理によって取り出されるプルトニウムや、核軍縮により戦略核が解体されその際に取り出されるプルトニウムが大量に発生することが予想され、これらをどのような形で利用もしくは管理していくかが世界的な問題となっている。この問題に対する回答の一つの候補として、プルトニウムをほぼ完全に燃焼し、使用済み燃料が安定な廃棄物となって、そのまま直接処分が出来る燃料・原子炉システムを開発することを目的とした研究が、平成6年10月より、原研において行われている^{1,2)}。この研究の一環として、トリア系およびジルコニア系の岩石型プルトニウム燃料について、その照射特性を調べるため、照射試料ディスクを製作し、JRR-3にて照射試験が行われた^{1,3)}。

本報告書執筆時点では、詳細な照射後試験データは得られていない。しかしながら、あらかじめ、照射試験の解析を行い、計算手法の検討等の準備をしておくことは重要なことと考えられる。本報告書は、SRAC⁴⁾、ORIGEN2⁵⁾、MVP⁶⁾の各コードを用いて行った、照射後試験の解析手法の検討およびその結果についてまとめたものである。

1. 照射実験の概要

JRR-3で行われた照射実験については、試料の製作をも含めて報告されている³⁾。本章では、照射実験の解析手法の検討にあたり、解析上必要となる、Pu試料の組成や形状、照射キャップセルの構造、照射場や、照射条件等について記載する。

1. 1 照射試料

照射のためのPu試料は、金属Puの溶解、Pu精製、酸化Puの生成、燃料マトリックスの調製、加工成型、等の工程を経て、トリア系およびジルコニア系の2種類が用意された。形状は直径3mm、厚さ1mmのディスク状である。トリア系とジルコニア系、それぞれ15枚、合計30枚の試料が製作された。Table 1-1にPuの同位体比を、Table 1-2に試料の組成を、Table 1-3に試料の重量を示す。

Pu試料ディスクは、間にスペーサー (Nb-1%Zr) を挟んで5枚を重ね合わせ、ペレットケース (Nb-1%Zr) に封入した。ペレットケースは更に白金ケース (Pt) に入れ、それを燃料ピン (Nb-1%Zr) に挿入した (Fig. 1-1)。

はじめに

近い将来、軽水炉の使用済み燃料から再処理によって取り出されるプルトニウムや、核軍縮により戦略核が解体されその際に取り出されるプルトニウムが大量に発生することが予想され、これらをどのような形で利用もしくは管理していくかが世界的な問題となっている。この問題に対する回答の一つの候補として、プルトニウムをほぼ完全に燃焼し、使用済み燃料が安定な廃棄物となって、そのまま直接処分が出来る燃料・原子炉システムを開発することを目的とした研究が、平成6年10月より、原研において行われている^{1,2)}。この研究の一環として、トリア系およびジルコニア系の岩石型プルトニウム燃料について、その照射特性を調べるため、照射試料ディスクを製作し、JRR-3にて照射試験が行われた^{1,3)}。

本報告書執筆時点では、詳細な照射後試験データは得られていない。しかしながら、あらかじめ、照射試験の解析を行い、計算手法の検討等の準備をしておくことは重要なことと考えられる。本報告書は、SRAC⁴⁾、ORIGEN2⁵⁾、MVP⁶⁾の各コードを用いて行った、照射後試験の解析手法の検討およびその結果についてまとめたものである。

1. 照射実験の概要

JRR-3で行われた照射実験については、試料の製作をも含めて報告されている³⁾。本章では、照射実験の解析手法の検討にあたり、解析上必要となる、Pu試料の組成や形状、照射キャップセルの構造、照射場や、照射条件等について記載する。

1. 1 照射試料

照射のためのPu試料は、金属Puの溶解、Pu精製、酸化Puの生成、燃料マトリックスの調製、加工成型、等の工程を経て、トリア系およびジルコニア系の2種類が用意された。形状は直径3mm、厚さ1mmのディスク状である。トリア系とジルコニア系、それぞれ15枚、合計30枚の試料が製作された。Table 1-1にPuの同位体比を、Table 1-2に試料の組成を、Table 1-3に試料の重量を示す。

Pu試料ディスクは、間にスペーサー (Nb-1%Zr) を挟んで5枚を重ね合わせ、ペレットケース (Nb-1%Zr) に封入した。ペレットケースは更に白金ケース (Pt) に入れ、それを燃料ピン (Nb-1%Zr) に挿入した (Fig. 1-1)。

Table 1-1 Isotopic Abundance of Plutonium (atom %)

Isotopes	Isotopic Abundance
Pu-238	< 0.01
Pu-239	94.33
Pu-240	5.27
Pu-241	0.40
Pu-242	< 0.01

Table 1-2 Composition of Plutonium Sample Disks (mol %)

	Zirconia Type	Thoria Type
<chem>PuO2</chem>	10	10
<chem>88.8ZrO2+11.0Y2O3+0.2Gd2O3</chem>	15	—
<chem>ThO2</chem>	—	15
<chem>Al2O3</chem>	65	65
<chem>MgO</chem>	10	10

Table 1-3 Weight of Plutonium Sample Disks (mg)

Pu Sample Type	Sample Case Stage	Disk Weight	PuO ₂ Weight
Thoria Type	1st	179.3 (5 disks)	35.47 (5 disks)
	2nd	153.5 (5 disks)	30.37 (5 disks)
	3rd	160.2 (5 disks)	31.69 (5 disks)
Sub Total		493.0 (15 disks)	97.51 (15 disks)
Zirconia Type	1st	147.4 (5 disks)	33.95 (5 disks)
	2nd	153.8 (5 disks)	35.42 (5 disks)
	3rd	160.8 (5 disks)	37.03 (5 disks)
Sub Total		462.0 (15 disks)	106.40 (15 disks)
Total		955.0	203.91

1. 2 照射条件

照射キャップセルは、SUS製の外筒および内筒の二重気密構造であり、外筒と内筒の間にSUS製熱媒体を配置している。熱媒体ー内筒間には空隙があり、ここにヘリウムー窒素混合ガスを流すことによりキャップセル温度を制御する。キャップセルの全体構成図をFig. 1-2に示す。照射キャップセルには、キャップセル上方から、第1段、第2段、第3段の計三つの試料ケース(Mo)が入れられる。各試料ケースには、トリア系およびジルコニア系の燃料ピンが1本ずつ収められている。

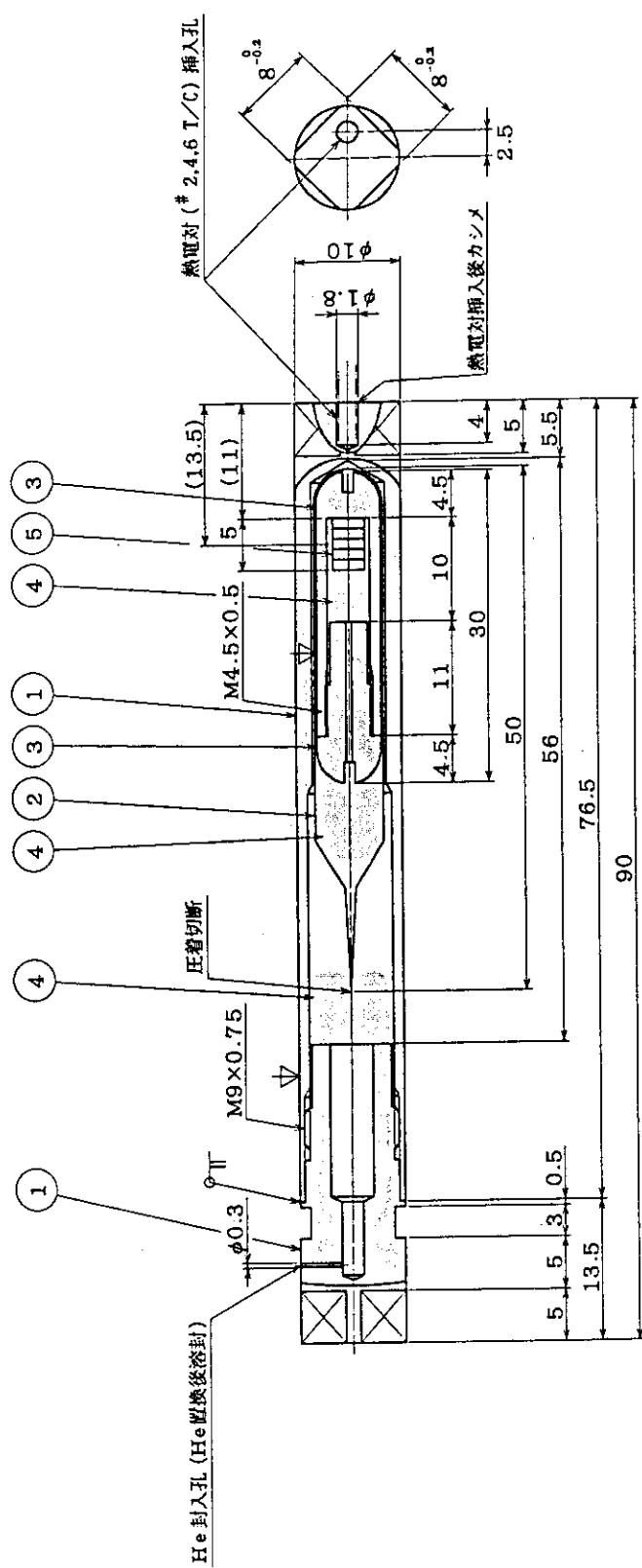
照射場所はJRR-3のベリリウム反射体中のBR-1照射孔である(Fig. 1-3参照)。照射はJRR-3の4運転サイクル(約2330時間)に渡って行われた。

試料の照射温度は、第1段試料が600°C、第2段試料が1000°C、第3段試料が800°Cになるようキャップセルの温度設計が行われた。実際の照射中の温度制御は、第2段の試料温度が1000°Cになるように行った。熱電対により測定された、各試料の照射中の平均温度をTable 1-4に示す。第1段の試料は設計温度よりも高く、第3段の試料は設計温度よりも低くなかった。

照射場の中性子フルエンスは、試料ケースに設けた小孔内に設置した、フルエンスモニタにより測定した。高速中性子用にはFeワイヤを、熱中性子用にはCoワイヤを使用した。照射終了後、フルエンスモニタを取り出し、ガンマ線計数率を測定した^{3,7)}。

Table 1-4 Average Temperature of Plutonium
Sample Disks during Irradiation (°C)

Sample Case Stage	Temperature
1st	710
2nd	1000
3rd	760



5	試料ペレット	ト	5	Pu 燃料	外径寸法: Φ3.6±1 材料: 鋼鉄丸棒引張
4	級 斜材			アルミニナル	螺栓等使用
3	ベレットケース	ス	1	Nb-1%Zr	外径寸法: 内径(Φ4) 外径(Φ6), 壁厚(1.1)
2	白金ケース	ス	1	白 金	内径寸法: 内径(Φ6.2), 外径(Φ6.6), 壁厚(1.0)
1	被覆管	管	1	Nb-1%Zr	内径寸法: 内径(Φ6.8), 外径(Φ10), 壁厚(1.6)
品番	部品名	個数	材質	備考	

Fig. 1-1 Construction Drawing of Fuel Pin Tube

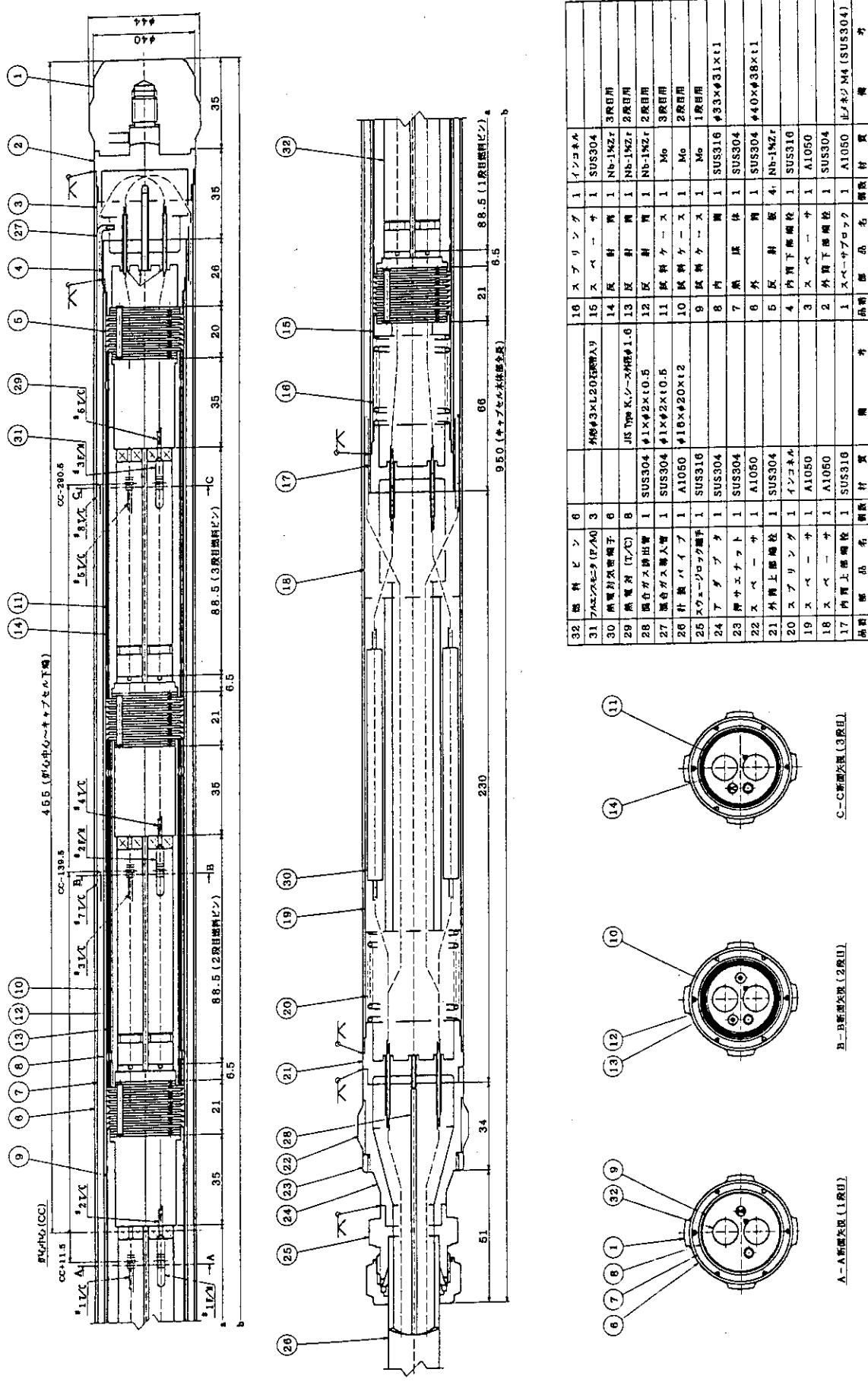
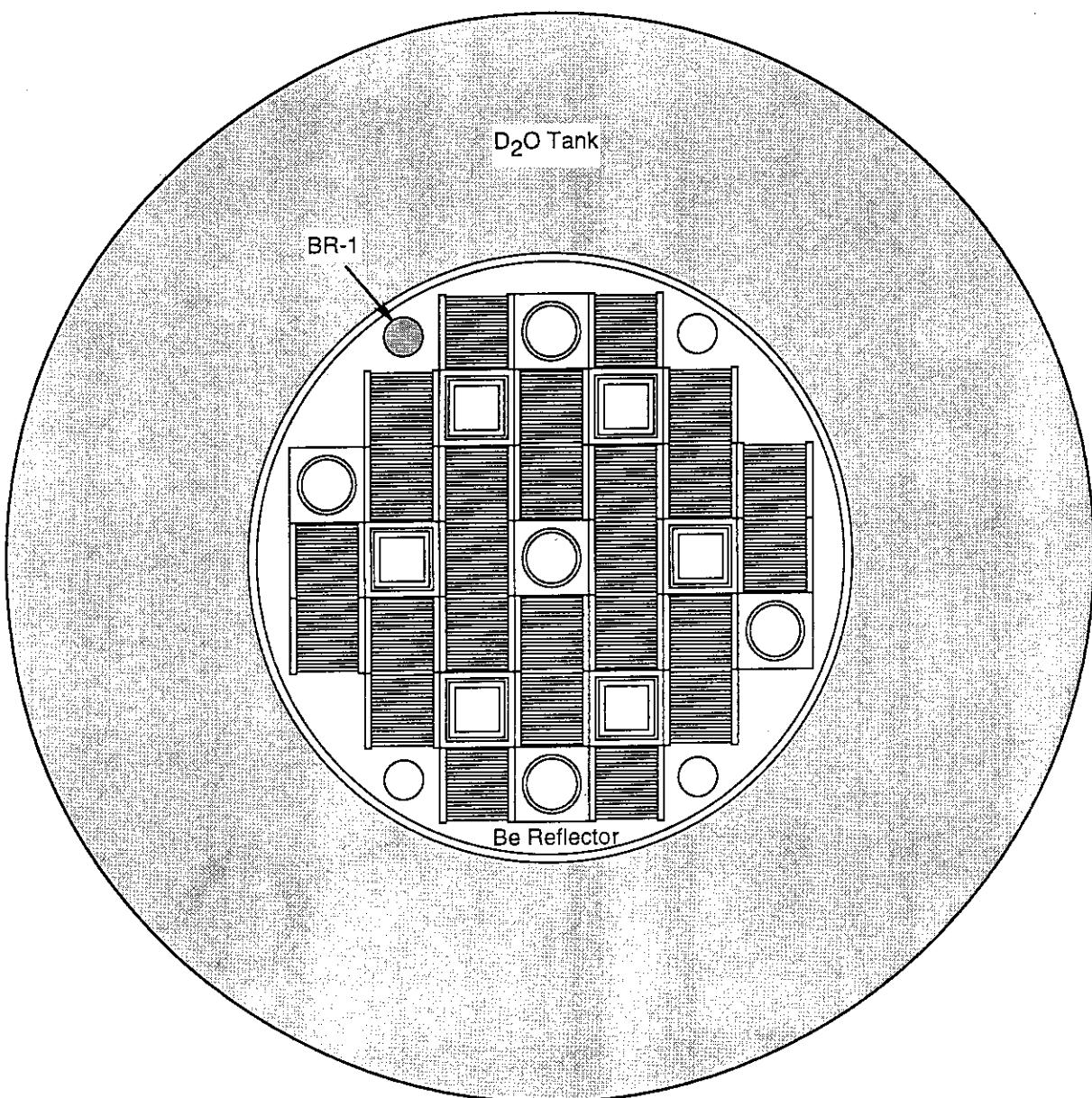


Fig. 1-2 Construction Drawing of Irradiation Capsle



Standard Fuel Element



Irradiation Hole



Control Rod and
Follower Fuel Element



Irradiation Hole in the
Be Reflector

Fig. 1-3 JRR-3 Core Configuration

2. 照射実験の解析

2. 1 計算コードおよびライブラリ

照射試料の燃焼解析⁸⁾には、SRACコードシステムおよびORIGEN2コードを用いた。中性子断面積ライブラリは、SRACにはJENDL-3.2⁹⁾を使用した。ORIGEN2では、コードに標準で用意されているライブラリを使用した。

2. 2 SRACコードによる解析

SRACでの解析は、2ステップに分けて行った。第1のステップでは、JRR-3の炉心全体系計算を詳細群で行い、照射場であるベリリウム反射体中の照射孔の中性子エネルギースペクトルを計算する。第2のステップでは、照射場のスペクトルを外部入射流とした格子燃焼計算を行う。この第2ステップの計算では、照射キャップセルのモデル化に際して、後述の簡易モデルを使用した場合（本節参照）と詳細モデルを使用した場合（第4章参照）の2種類について行った。

第1ステップ：照射場のスペクトル計算

まず、JRR-3の全体系計算を行うために必要な多数群（72群）の燃料要素均質化実効断面積を作成する。Fig. 2-1 およびFig. 2-2に、JRR-3の標準型燃料要素およびフォロワ型燃料要素の水平断面図を示す。

計算には衝突確率法に基づく格子計算モジュール・PIJを用い、エネルギー72群の固定中性子源計算を行う。Fig. 2-3 およびFig. 2-4に標準型およびフォロワ型燃料要素の燃料板単位格子計算モデルを示す。このモデルにより格子燃焼計算を行い、燃料板単位格子の燃焼均質化実効断面積を作成する。燃焼度は、標準型燃料は22%、フォロワ型燃料は13%とした。この値は、Pu試料の照射を行った4サイクルでの炉心内各燃料要素の平均燃焼度に相当する。次に、得られた燃料板格子の均質化実効断面積を用いて、Fig. 2-5 およびFig. 2-6に示される燃料要素の格子計算を行い、その均質化実効断面積を作成した。

次に、格子計算により作成した燃料要素の均質化実効断面積を用いて、JRR-3の全体系計算を2次元拡散法で行い、試料照射位置である、ベリリウム反射体内照射孔の72群スペクトル(unperturbed) を求める。

第2ステップ：境界入射中性子源を用いた燃焼計算（簡易モデルによる計算）

照射試料の燃焼計算は、PIJモジュールとSRACの格子燃焼計算オプションを使用して行う。照射キャップセルは、最外周の外筒から、熱媒体、内筒、反射筒（第2段、第3段試料のみ）までの構造は1次元円筒体系で表現できる。その内部の試料ケースは、燃料ピンを収める孔が二つあり、一方にトリア系試料を収めた燃料ピンが、他方にジルコニア系試料を収めた燃料ピンが入れられる。このような構造のため、1次元円筒体系で表現することは出来ないが、簡易計算モデルとしてFig. 2-7 およびFig. 2-8に示すように、1次元円筒体系にモデル化した。これらの図は、2段目の試料の計算モデルである。試料ケースより外側部分は、ボイドであるギャップ領域を隣の物質とスマアする近似を行う。実際の照射試験では、トリア系試料とジルコニア系試料が隣り合って同時に照射されているが、それぞれを独立な計算で取り扱っている。具体的には、試料

ケースより内側のモデル化に際し、一方の試料を無視して、その領域をボイドとして取り扱う。更に、計算対象となる試料位置を試料ケースの中心に移動し、1次元円筒体系に近似している。

この計算モデルにおいて、先程求めたスペクトルを境界外周からの中性子源として燃焼計算を行う。照射実験では、試料ケース中にフルエンスモニタを設置しており、中性子束レベルが実験的に求められている^{3,7)}。簡易モデルである1次元円筒体系では、フルエンスモニタを計算に取り込むことが困難である。そこで、燃焼計算を行う際の熱出力は、試料ケースの空間平均熱中性子束が、フルエンスモニタでの熱中性子束の測定値と等しくなるように設定した（Appendix-B参照）。

2. 3 ORIGEN2による解析

ORIGEN2では、中性子束一定での照射を行った。中性子束レベルは、SRACの簡易計算モデルで計算されたPu試料位置での全中性子束とした。SRACの簡易モデルでは、試料ケース位置の熱中性子束が、フルエンスモニタで測定された熱中性子束と一致するようにしている。このときのPu試料位置での全中性子束をORIGEN2での燃焼計算に用いた。

ライブラリには、当初ORIGEN2に標準で用意されているPWR用のものを使用し、燃焼度にあわせてアクチナイトの断面積を内挿し、変化させて計算を行う、"variable actinide cross section"オプションを使用した。後に、Pu-239のみではあるが、SRACで求めたミクロ断面積を使用して計算を行った。

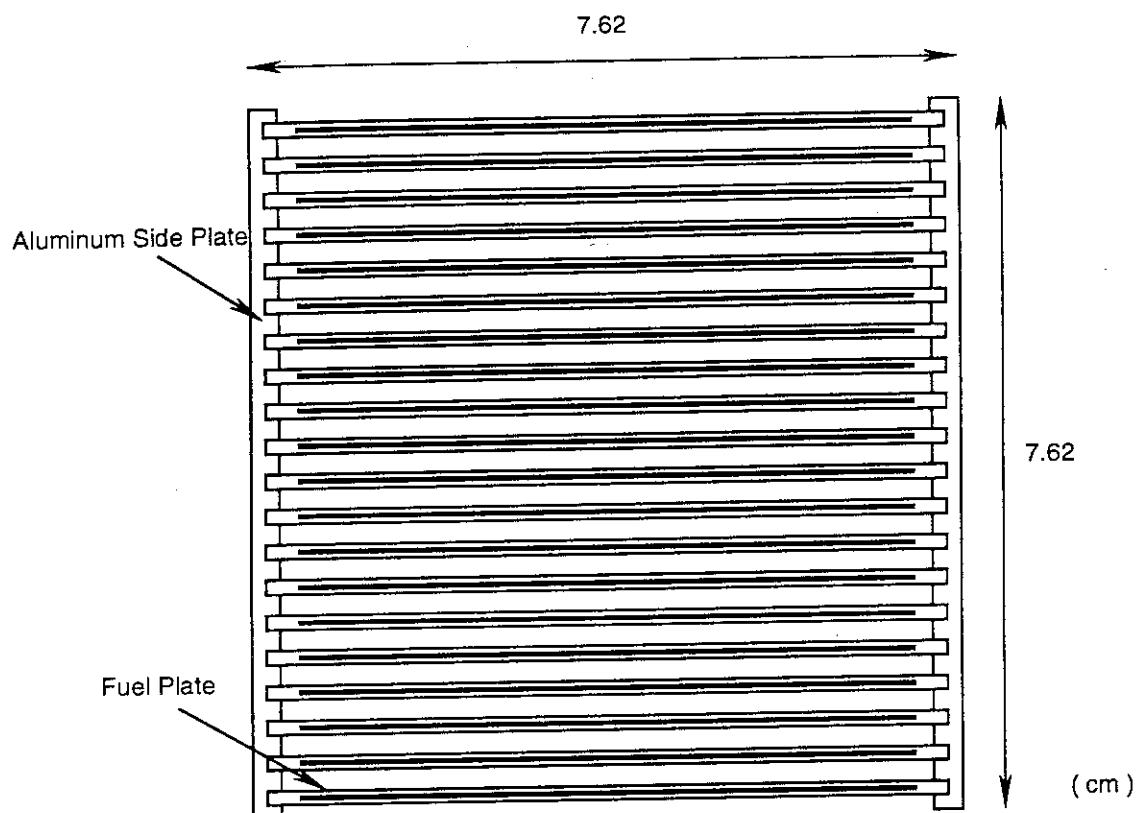


Fig. 2-1 Cross Section of JRR-3 Standard Fuel Element

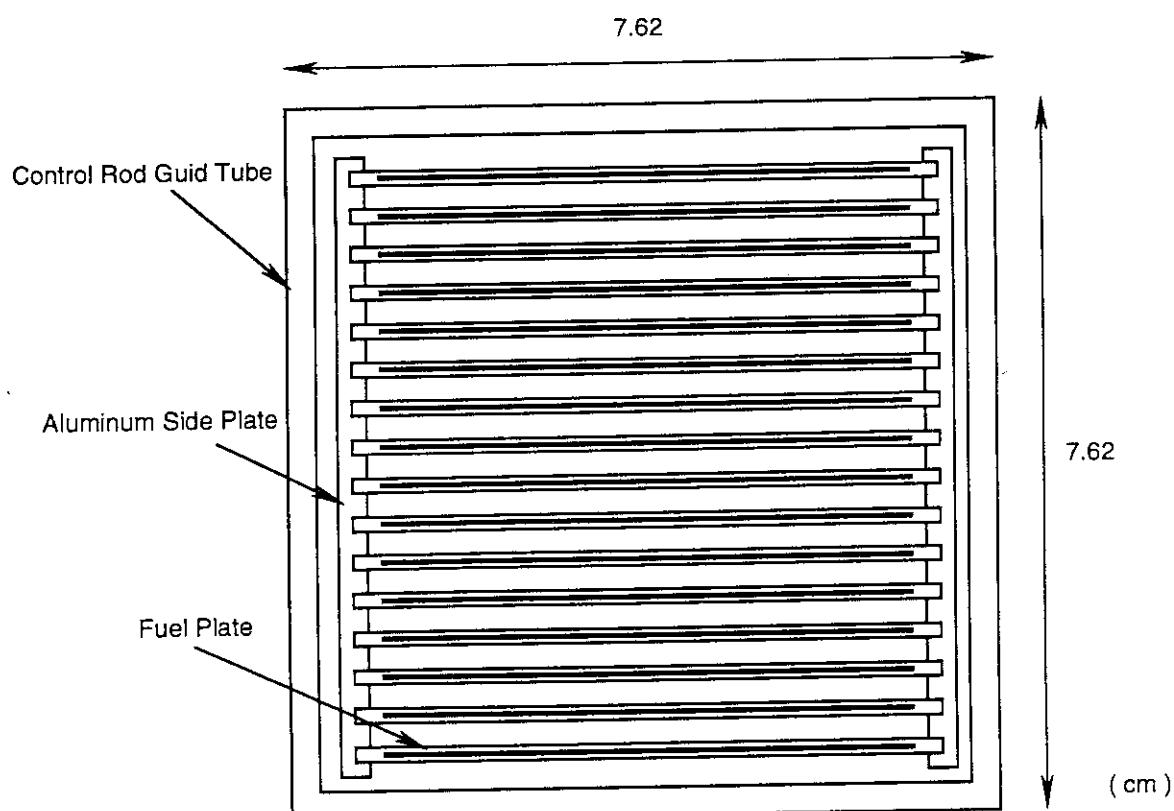


Fig. 2-2 Cross Section of JRR-3 Follower Fuel Element

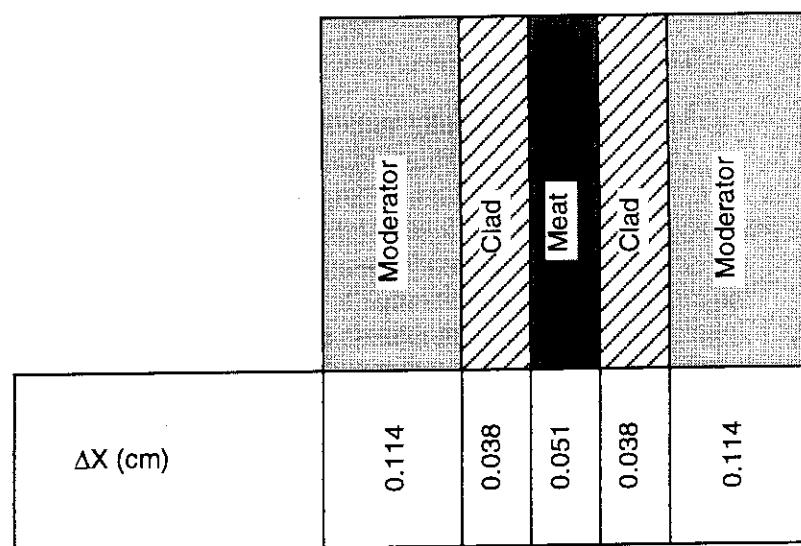


Fig. 2-3 Unit Cell Calculation Model of Standard Fuel Plate

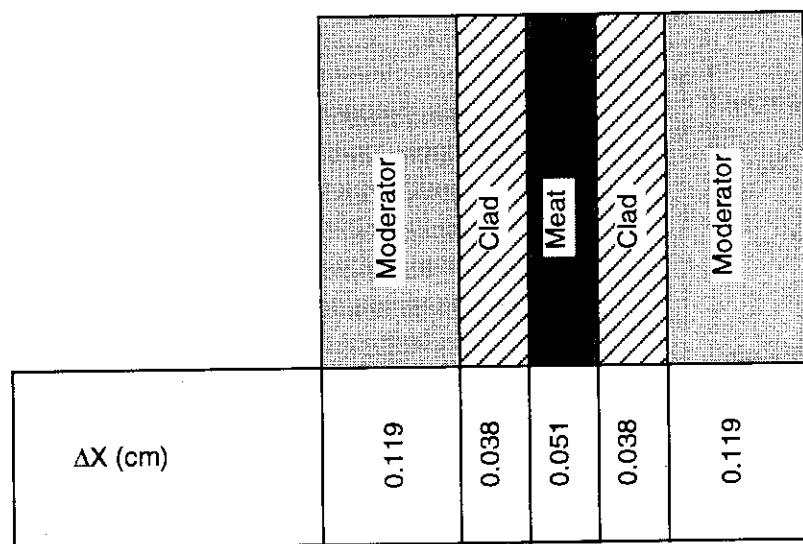


Fig. 2-4 Unit Cell Calculation Model of Follower Fuel Plate

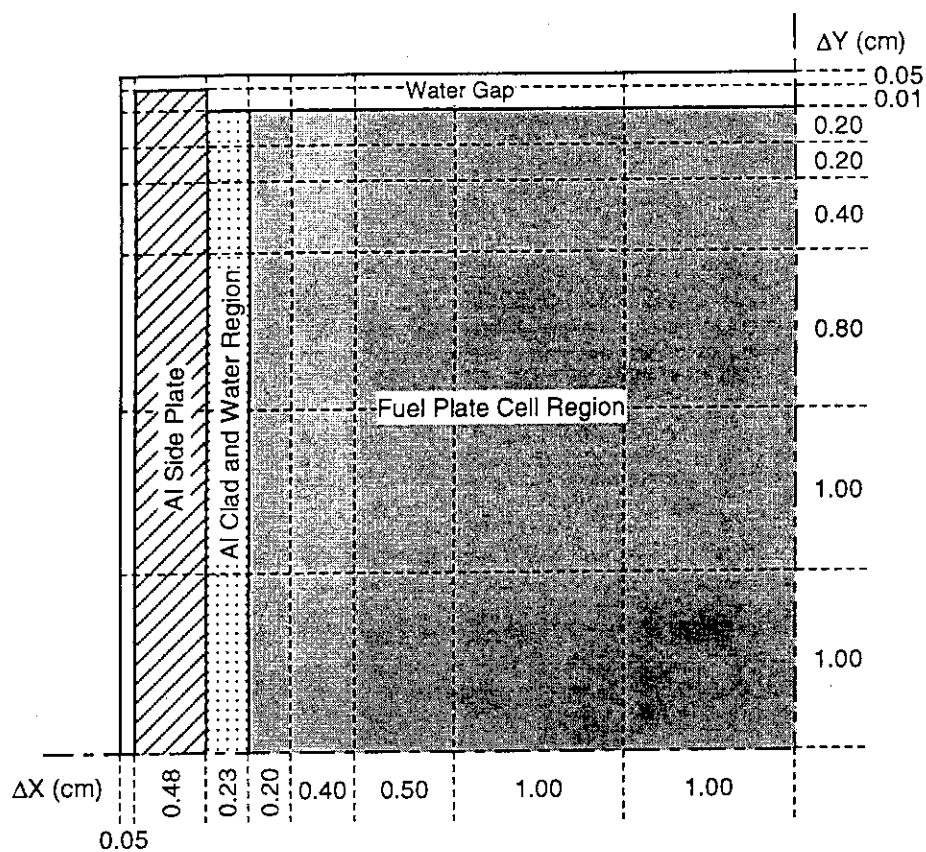


Fig. 2-5 Unit Cell Calculation Model of Standard Fuel Element

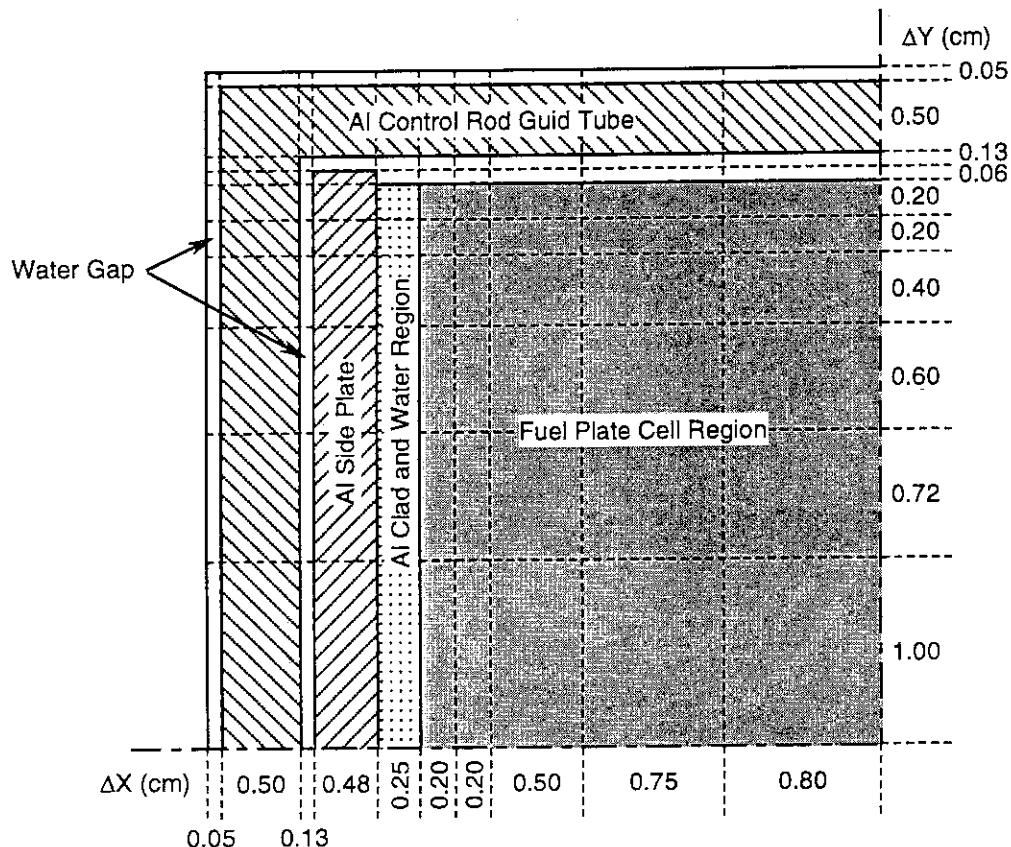


Fig. 2-6 Unit Cell Calculation Model of Follower Fuel Element

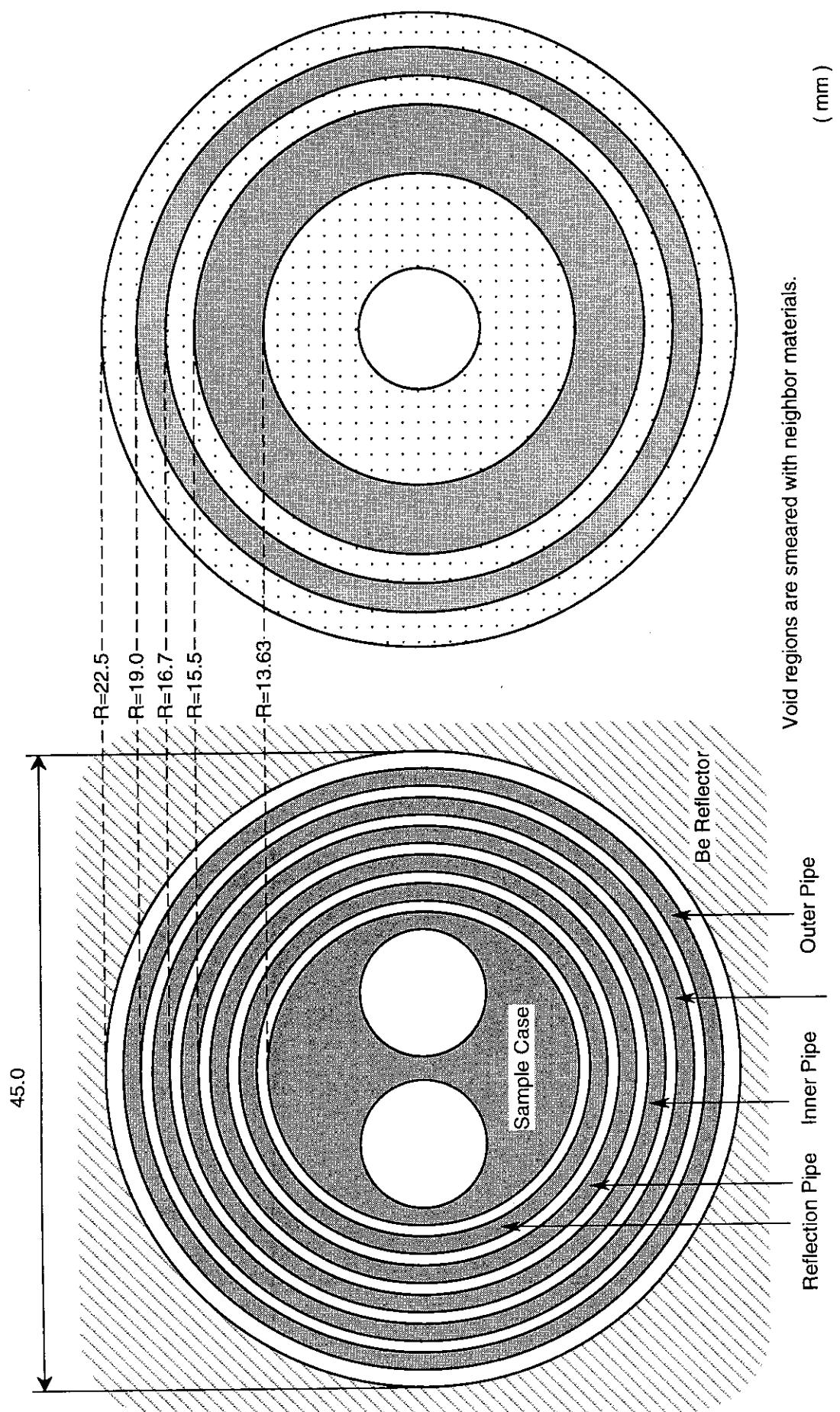


Fig. 2-7 One Dimension Calculation Modeling of Irradiation Capsule (Outside the Sample Case)

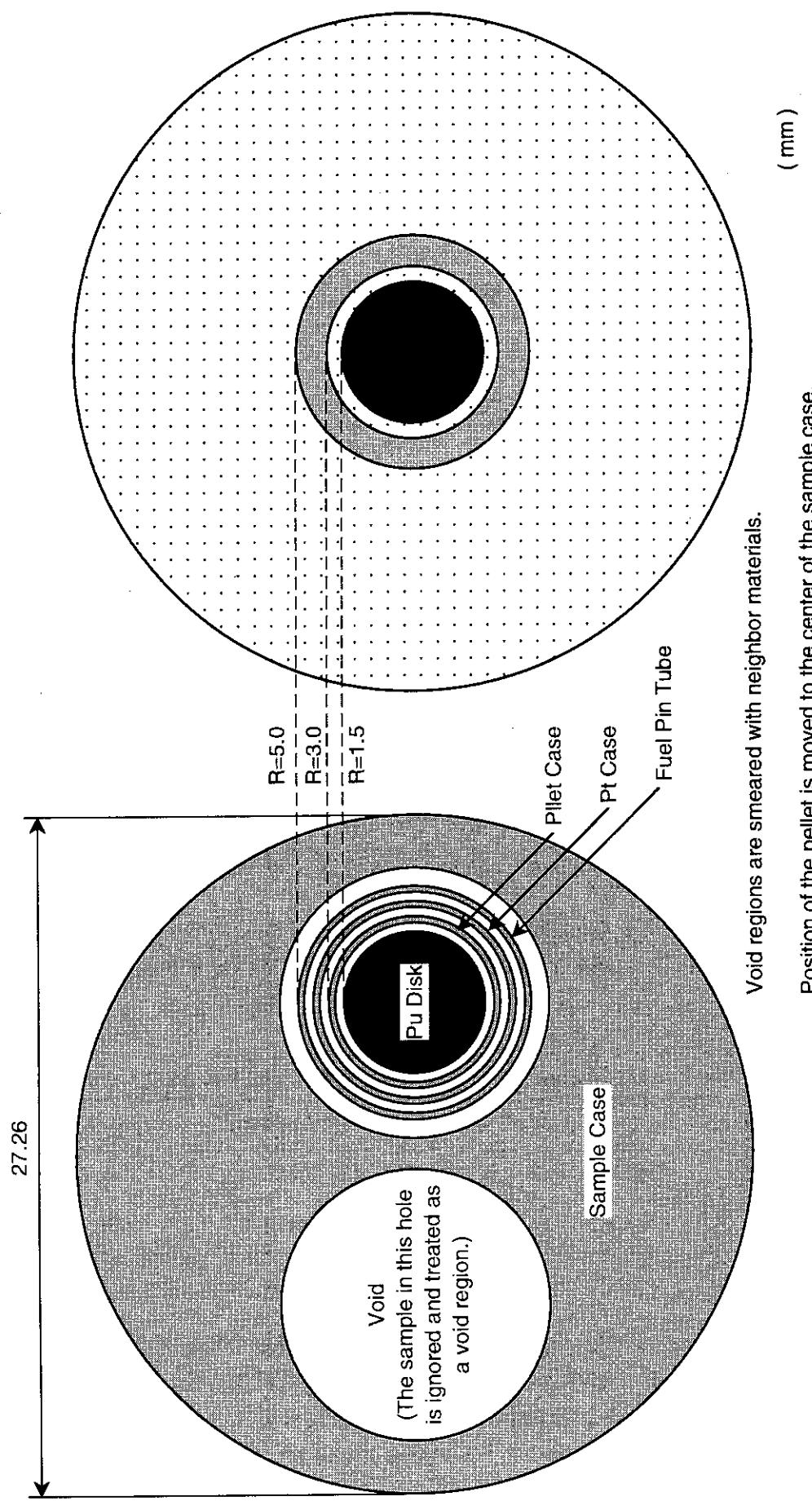


Fig. 2-8 One Dimension Calculation Modeling of Irradiation Capsule (Inside the Sample Case)

3. 解析結果の比較検討

3.1 SRAC簡易モデルとORIGEN2 (PWRライブラリ)との比較

トリウム系の第2段の試料 (1000°C)について、SRAC簡易モデルとORIGEN2での計算結果の比較を行う。Table 3-1に、燃焼度の計算結果を、Pu-239の燃焼割合とMWD単位で示す。このときのORIGEN2のライブラリは、コードに標準で用意されているPWR用のライブラリであり、"variable actinide cross section" オプションを使用している。

Table 3-1 Burnup of Pu Sample Calculated with SRAC and ORIGEN2

Pu Sample	Code	Pu-239 %	MWD
Thoria Type - 2 (1000°C)	SRAC	35.4	6.15E-3
	ORIGEN2	20.0	3.23E-3

Pu-239%では、SRAC簡易モデルはORIGEN2の約1.5倍の燃焼度となっている。また、MWDでは2倍近い差となっている。ORIGEN2がかなり小さな値となっているのは、照射実験がベリリウム反射体中というかなりスペクトルの軟らかい場で行われているにもかかわらず、PWR用のライブラリを使用しているために、実際よりもかなり小さい断面積を使用てしまっているためである。Table 3-2に、燃焼初期のSRAC簡易モデル (JENDL-3.2) およびORIGEN2-PWRライブラリのPu-239ミクロ断面積を示す。また、Fig. 3-1にSRACで計算された照射キャップセル内のスペクトルを示す。

MWD単位の燃焼度がPu-239%の燃焼度よりも差があるのは、Pu-239の核分裂あたりの放出エネルギーが異なるためである (Table 3-3参照)。SRACの方が高めの値となっている。

Table 3-2 Pu-239 Microscopic Cross Section of SRAC and ORIGEN2 (barn)

Sample	Code	Capture	Fission	N2N
Thoria - 2 (1000°C)	ORIGEN2	5.861E+01	1.062E+02	1.120E-03
	SRAC	9.691E+01	2.091E+02	1.077E-03

ORIGEN2のPWRライブラリでは、SRAC簡易モデルの半分程度の断面積となっている。Fig. 3-1からは、外部源スペクトルは熱領域のみにピークを持つ非常に軟らかいスペクトルで、試料に近づくほど硬くなるのが分かる。試料中では、Pu-239の核分裂スペクトルと外部源スペクトルが合成された、外部源よりは硬いスペクトルになっているが、依然、一般的なPWRの炉心スペクトルよりも軟らかい。

Table 3-3 Fission Release Energy (MeV)

Nuclide	SRAC	ORIGEN2
Pu-239	211.69	210.63
Pu-241	213.46	211.37
Th-232	194.26	193.42
U-233	200.32	200.98

以上のことから、今回の照射場のスペクトルは、ORIGEN2のPWRライブラリが作成されたスペクトルとかなりの差があるため、それをもとに作成される一群断面積にも大きな差が生じていること、ORIGEN2のPWRライブラリをそのまま使用して、本実験の燃焼計算を行うことは適切でないこと、が明かとなった。

3. 2 SRAC簡易モデルとORIGEN2 (SRACライブラリ) による燃焼度の計算結果

照射を行ったすべての試料についての燃焼計算をSRAC簡易モデルおよびORIGEN2を用いて行った。ただし、ORIGEN2での計算には、SRAC簡易モデルで求めたPu-239のミクロ断面積を使用した。その結果をTable 3-4に示す。

Table 3-4 Burnup of Pu Sample Disks Calculated with SRAC and ORIGEN2 Using Pu-239 Microscopic Cross Section of SRAC Simple Model

Pu Sample	Code	Pu-239 %	MWD
Thoria Type - 1 (600°C)	SRAC	30.1	5.47E-3
	ORIGEN2	29.0	5.20E-3
Thoria Type - 2 (1000°C)	SRAC	35.4	6.15E-3
	ORIGEN2	33.9	5.82E-3
Thoria Type - 3 (800°C)	SRAC	27.5	5.59E-3
	ORIGEN2	26.6	5.33E-3
Zirconia Type - 1 (600°C)	SRAC	29.1	6.19E-3
	ORIGEN2	28.1	5.90E-3
Zirconia Type - 2 (1000°C)	SRAC	34.4	6.95E-3
	ORIGEN2	33.0	6.59E-3
Zirconia Type - 3 (800°C)	SRAC	26.6	5.17E-3
	ORIGEN2	25.8	4.96E-3

SRACによる計算結果をみると、照射キャップセル中で、最もフラックスレベルの高かった、2段目の位置に設置された試料が最も燃焼度が高く、次に1段目、フラックスレベルが最も低かった3段目の試料は、燃焼度も最も小さくなっている。また、トリア系とジルコニア系では、若干ではあるが、トリア系の方が燃焼度が高くなっている。

SRACとORIGEN2の結果はほぼ一致しているが、若干ORIGEN2の方が小さめの値となっている。ORIGEN2でもSRACで計算したPu-239のミクロ断面積を使用しているので、Pu-239の燃焼度については、両コードでの結果は一致するべきものである。この原因としては、以下のことと考えられる。SRACでは、入力された燃焼ステップをコード内で自動的にサブステップ（第1ステップは10、第2ステップ以降は3）に分割して計算を行う。このとき、サブステップでのミクロ断面積の更新は行われないが、組成の変化は計算されている。一方燃焼計算は一定熱出力で行われている。このため、各サブステップでは、組成が変化しているために、フラックスレベルが変化することになる。最終的にSRACが出力するフラックスは、各サブステップでの平均フラックスであり、この値をORIGEN2に入力してフラックス一定での燃焼を行っている。このように、SRACでは各サブステップで異ったフラックスで燃焼しているのに対し、ORIGEN2では一定の平均フラックスで燃焼を行っている。この両者の差が、若干の燃焼度の差に現れているものと予想される。

3. 3 SRAC簡易モデルとORIGEN2 (SRACライブラリ) によるXe生成量の計算結果

Pu試料の照射後試験¹⁰⁾として、ペレットケースのパンクチュア試験が行われ、Pu試料からペレットケース内に放出された、核分裂生成物であるXeガスの捕集、体積測定が行われた。Table 3-5から3-10に、Xeの生成量についてSRAC簡易モデルおよびORIGEN2 (SRACライブラリ) による計算値と、パンクチュア試験での捕集量（0℃での体積に換算済み）を示す。Xeガス体積の計算値の下段（）中の%表示は、計算値の何%がパンクチュア試験で捕集されたかを示しており、以下ではこの値を放出率と呼ぶことにする。

Table 3-5 Calculated Value of Xe Production and Collected Value at Puncture Test
(Thoria Type - 1)

Pu Sample	Items	SRAC	ORIGEN2	Collected
	Xe Gas Volume (cc) (Release Rate)	0.154 (75.3 %)	0.137 (84.7 %)	0.116
Thoria Type - 1 (600°C)	Xe-131	12.6	13.5	11.9
	Isotopic Abundance (%)	Xe-132	18.4	19.4
		Xe-134	25.8	26.8
		Xe-136	43.3	40.4
				43.7

Table 3-6 Calculated Value of Xe Production and Collected Value at Puncture Test
(Thoria Type - 2)

Pu Sample	Items	SRAC	ORIGEN2	Collected
	Xe Gas Volume (cc) (Release Rate)	0.174 (83.3 %)	0.154 (94.2 %)	0.145
Thoria Type - 2 (1000°C)	Xe-131	12.5	13.3	11.3
	Isotopic Abundance (%)	Xe-132	18.3	19.2
		Xe-134	25.6	26.5
		Xe-136	43.6	41.0
				25.1
				45.1

Table 3-7 Calculated Value of Xe Production and Collected Value at Puncture Test
(Thoria Type - 3)

Pu Sample	Items	SRAC	ORIGEN2	Collected
	Xe Gas Volume (cc) (Release Rate)	0.157 (2.5 %)	0.139 (2.9 %)	0.004
Thoria Type - 3 (800°C)	Xe-131	12.7	13.6	12.0
	Isotopic Abundance (%)	Xe-132	18.4	19.5
		Xe-134	25.9	27.0
		Xe-136	43.0	39.9
				25.7
				42.9

Table 3-8 Calculated Value of Xe Production and Collected Value at Puncture Test
(Zirconia Type - 1)

Pu Sample	Items	SRAC	ORIGEN2	Collected
	Xe Gas Volume (cc) (Release Rate)	0.174 (90.2 %)	0.155 (101.3 %)	0.157
Zirconia Type - 1 (600°C)	Xe-131	12.7	13.5	11.7
	Isotopic Abundance (%)	Xe-132	18.4	19.4
		Xe-134	25.8	26.8
		Xe-136	43.2	40.4
				25.4
				44.5

Table 3-9 Calculated Value of Xe Production and Collected Value at Puncture Test
(Zirconia Type - 2)

Pu Sample	Items	SRAC	ORIGEN2	Collected
	Xe Gas Volume (cc) (Release Rate)	0.197 (74.1 %)	0.175 (83.4 %)	0.146
Zirconia Type - 2 (1000°C)	Xe-131	12.5	13.3	11.1
	Isotopic Abundance (%)	Xe-132	18.3	19.2
		Xe-134	25.7	26.5
		Xe-136	43.5	45.0

Table 3-10 Calculated Value of Xe Production and Collected Value at Puncture Test
(Zirconia Type - 3)

Pu Sample	Items	SRAC	ORIGEN2	Collected
	Xe Gas Volume (cc) (Release Rate)	0.145 (77.2 %)	0.129 (86.8 %)	0.112
Zirconia Type - 3 (800°C)	Xe-131	12.7	13.6	12.2
	Isotopic Abundance (%)	Xe-132	18.4	19.5
		Xe-134	25.9	27.0
		Xe-136	43.0	43.6

以上、SRACの計算結果からは、トリア系3段目試料を除いて約74から90%程度の放出率となっているが、100%を越えたものはない。また、Xeの同位体比は、測定とよく一致しているが、ほんの僅かではあるが、系統的な差もあるように思われる。

ORIGEN2の結果は、燃焼度がSRACよりも幾分小さくなっている影響で、Xeの生成量もSRACに較べて少なくなってしまっており、ジルコニア系1段目試料では、放出率が100%を超えてしまっている。同位体比はSRACに較べると若干ではあるが測定値との間に差がある。

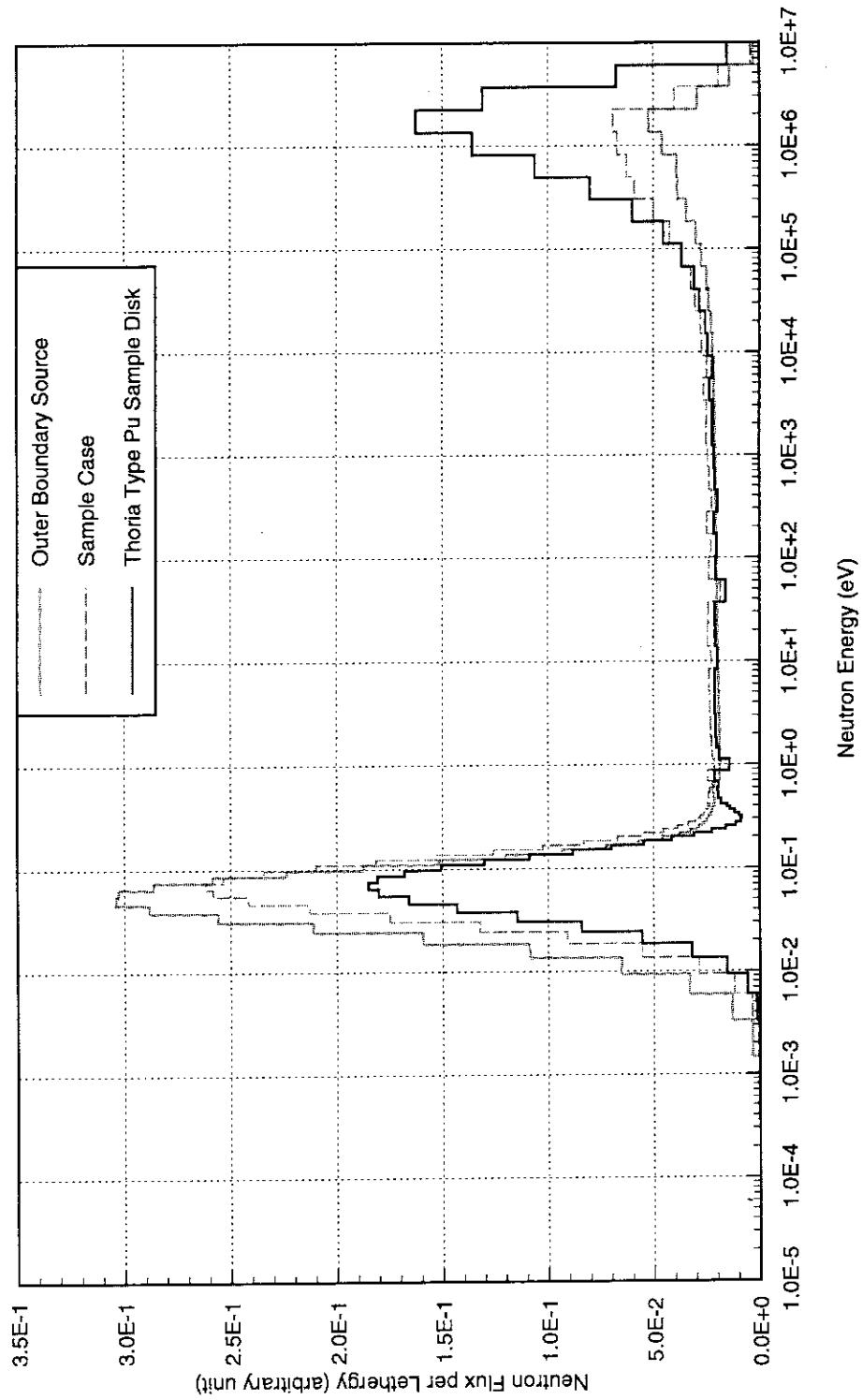


Fig. 3-1 Neutron Energy Spectra inside the Irradiation Capsule (2nd Stage Thoria Type Plutonium Sample)
Calculated with SRAC Simple Model.

4. 詳細モデルを用いたSRACによる燃焼解析

4. 1 詳細モデルによる計算手法

詳細モデルにおいても、使用した外部入射中性子エネルギースペクトルは簡易モデルと同一である。変更点は、試料ケースより内部のモデル化と、熱出力の規格化法にある。SRAC-PIJでは、1次元円筒体系内の任意の位置にピンロッドを配置した体系での計算が可能である（SRAC-PIJの形状オプション11番）。そこで、その形状オプションを用いて、トリア系試料とジルコニア系試料、更には、フルエンスモニタ（Coワイヤ）について、それらの位置関係を正確に取り扱った計算を2段目、照射温度1000°Cの試料について行った。計算モデルをFig. 4-1に示す。

更に、計算での熱出力の設定方法も変更した。簡易モデルでは、計算による試料ケースの空間平均熱中性子束が、フルエンスモニタ（Co）のガンマ線計測値から算出した熱中性子束に一致するように計算時の熱出力を設定していた。ところが、その後の測定データの見直しにより、測定値とされていた熱中性子束の値が正しくなく、測定データから正確に得られる物理量は、フルエンスモニタの全中性子束による中性子吸収反応率であることが分かった。新しい計算体系では、フルエンスモニタもその位置、形状に、近似を行うことなく計算に取りこめる。そこで、計算で得られたフルエンスモニタ（Co-59）の実効吸収断面積と中性子束から反応率を算出し、この値が測定で得られた反応率と一致するように計算での熱出力を設定した（Appendix-B 参照）。

4. 2 詳細モデルによる計算結果

照射温度1000°Cの第2段目試料について、詳細モデルと簡易モデルの計算結果の比較をTable 4-1に示す。トリア系では、燃焼度が51.4%となり、簡易モデルの約1.5倍となっている。Pu-239のミクロ断面積にはほとんど違いは見られない。試料ケース位置での全中性子束および熱中性子束が約1.5倍となっており、このために燃焼度の計算結果が大きく変化した。このような大きな差が生じた原因としては、簡易モデルの計算において、

- (1)トリア系試料とジルコニア系試料が同時に照射されているにもかかわらず、それぞれの試料の計算を独立に行い、試料間のスペクトルに対する干渉効果を無視したこと。
- (2)測定と計算との規格化量となった熱中性子束が、測定ではフルエンスモニタ位置の値であるのに対し、計算では試料ケース全体で空間平均した熱中性子束を使用したこと。
- (3)フルエンスモニタの測定値から正確でない熱中性子束を算出し、これをもとにして計算での熱出力を決めてしまったこと。

の、三点が考えられる。

(1)については、詳細モデルの場合と簡易モデルの場合とでPu-239のミクロ断面積を比較することにより評価できるが、モデル間における断面積の差はジルコニア系でいくらか見られるものの、トリア系ではほとんど無い。このことから、二つの試料を独立に取り扱うことの影響

は大きくないと判断できる。

(2)の影響については、詳細モデルでのフルエンスモニタ位置と試料ケースの平均熱中性子束を比較することにより評価できる。フルエンスモニタと、試料ケースの熱中性子束はそれぞれ $9.8E+13$ ($n/cm^2 s$) と $1.0E+14$ ($n/cm^2 s$) で、両者に大きな違いはない。このことから、(2)の計算に与えた影響は少ないと判断される。

(3)についてであるが、ブラックスモニタの Co-59 の反応率で計算値と測定値とを規格化することにより、簡易モデル計算で用いていた規格化量である試料ケースの熱中性子束が、詳細モデルでは約 1.5 倍になってしまっていることから、規格化値として使用していた $7.0E+13$ ($n/cm^2 s$) という熱中性子束レベルを使用していたこと、つまり(3)の項目が簡易モデル計算における最大の問題であったと思われる。

Table 4-1 Comparison of Calculated Values between Detailed and Simple Models

Region	Item	Detailed Calculation	Simple Calculation	(Detailed)/(Simple)
Thoria Type - 2 Pu Sample (1000°C)	Burnup (Pu-239 %)	51.41 %	35.40 %	1.45
	Total Flux	$2.492E+14$	$1.564E+14$	1.59
	Pu-239 σ_a (b)	304.27	306.05	0.99
Zirconia Type - 2 Pu Sample (1000°C)	Pu-239 σ_f (b)	208.64	209.14	1.00
	Burnup (Pu-239 %)	45.54 %	34.37 %	1.32
	Total Flux	$2.278E+14$	$1.541E+14$	1.48
Fluence Monitor (Co-59)	Pu-239 σ_a (b)	271.20	289.97	0.94
	Pu-239 σ_f (b)	185.13	197.76	0.94
	Total Flux	$2.114E+14$	—	—
Sample Case (Mo)	Thermal Flux	$9.793E+13$	—	—
	Total Flux	$2.186E+14$	$1.423E+14$ (Thoria)	1.54
			$1.427E+14$ (Zirconia)	1.53
	Thermal Flux	$1.030E+14$	$7.000E+13$ (Thoria)	1.47
			$7.000E+13$ (Zirconia)	1.47

Burnup: Values after 4 cycles irradiation

Other Items: Values before irradiation

Unit of Neutron Flux: ($n/cm^2 s$)

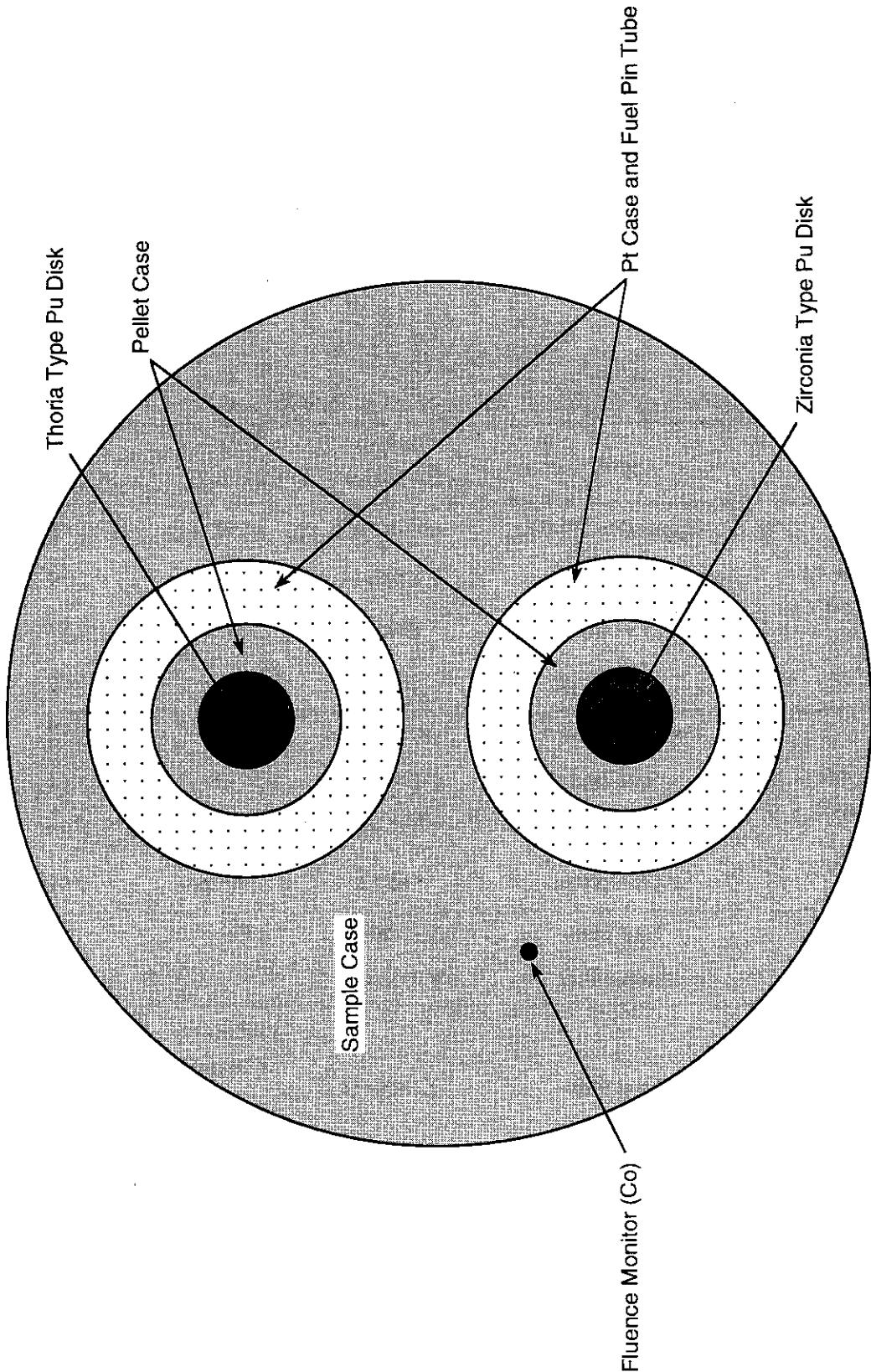


Fig. 4-1 Detailed Calculation Model of 2nd Stage Irradiation Capsule (inside the sample case)

5. MVPによる計算モデルの検討

MVPコードを用いて、SRACの簡易モデルで用いた1次元円筒体系モデルと、照射キャプセルの第2段目試料部分を、試料ケースの高さ範囲で3次元で取り扱ったモデルの計算を行い、得られたPu-239のミクロ断面積の比較を行った。1次元円筒モデルはSRACと全く同一である（Figs. 2-7, 2-8を参照）。3次元計算モデルをFig. 5-1に、計算結果をTable 5-1に示す。計算ヒストリ数は、いずれの計算ケースも40,000,000ヒストリである。

Table 5-1 Pu-239 Microscopic Cross Section Calculated with MVP (barn)

Cal. Case	Total	Nu*Fission	Fission	Elastic SC	Capture
1D Thoria-2 300K	3.28951d+02 (1.251%)	6.43715d+02 (1.286%)	2.23437d+02 (1.286%)	7.96101d+00 (1.641%)	9.70004d+01 (1.336%)
1D Thoria-2 900K	3.32136d+02 (1.307%)	6.48970d+02 (1.332%)	2.25272d+02 (1.333%)	7.86361d+00 (0.875%)	9.84385d+01 (1.415%)
3D Thoria-2 300K	3.67949d+02 (1.171%)	7.20467d+02 (1.177%)	2.50115d+02 (1.178%)	8.15555d+00 (0.569%)	1.09207d+02 (1.297%)
3D Thoria-2 900K	3.77715d+02 (1.223%)	7.37114d+02 (1.242%)	2.55917d+02 (1.242%)	8.14265d+00 (0.601%)	1.13179d+02 (1.328%)

計算温度300Kの、トリア系試料の1次元モデルと3次元モデルのTotal断面積を比較すると、1次元モデルの方が約10%小さな値となっている。これは、1次元モデルでは、照射キャプセル内の高速中性子の垂直方向への漏れが考慮できないため、実際よりもスペクトルが硬く計算されているためと考えられる。このことから、SRACでの燃焼度の計算結果は、実際の値を幾分か過小評価している可能性がある。

Pu試料の温度は、300Kと900Kの2ケースについて計算を行ったが、ミクロ断面積に与える影響は、1次元モデル、3次元モデル共に大きくない。これは、Pu-239の濃縮度が94%と高く、試料中に親物質がほとんど含まれていないためと考えられる。

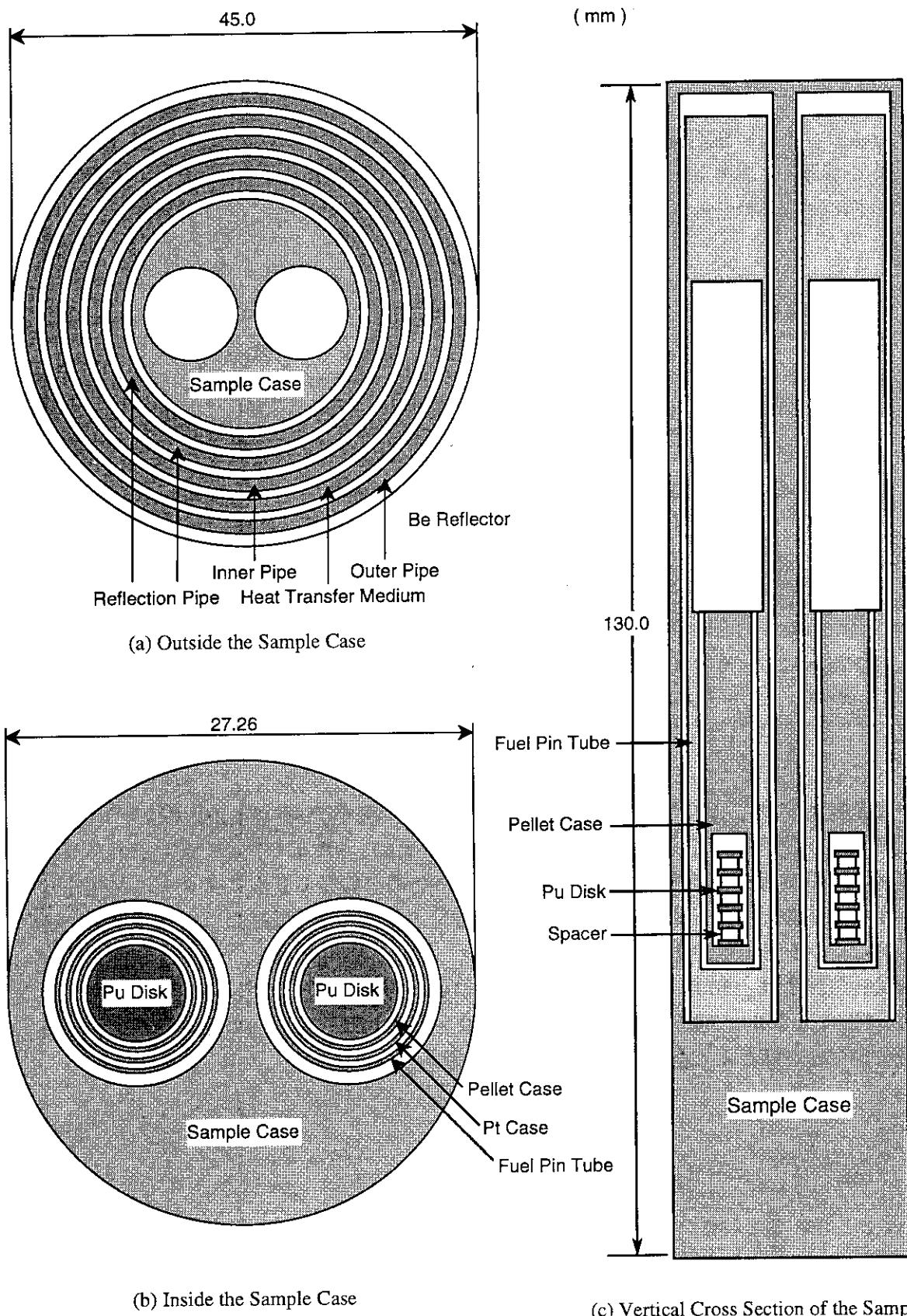


Fig. 5-1 3-D Calculation model of 2nd Stage Irradiation Capsule for MVP

まとめ

JRR-3で照射試験の行われたトリア系およびジルコニア系の岩石型Pu燃料試料の燃焼解析について、その計算手法の検討を行った。

SRACコードでは、計算体系の外部境界からの中性子入射流を用いた固定源問題と格子燃焼計算オプションを同時に使用して計算を行った。

外部入射流となるJRR-3ペリリウム反射体の中性子エネルギースペクトルは、エネルギー72群の2次元拡散法によるJRR-3炉心計算を行い求めた。

Pu試料の燃焼計算では、照射キャップセル内部を1次元円筒体系に近似する簡易計算モデルと、キャップセル内部を正確に取り扱う詳細計算モデルによる計算を行い、計算結果の比較を行った。

その結果、Pu-239のミクロ断面積は、簡易モデルと詳細モデルの間に大きな違いはなかった。また、簡易計算モデルにおいて、フルエンスモニタ位置の熱中性子束を試料ケースの空間平均熱中性子束で代用する近似についても問題は無いことが分かった。ただし、簡易計算モデルにおいては、燃焼計算時の熱出力を規格化する際に使用した熱中性子束の測定値が、フルエンスモニターの測定データを適切に処理して得られた値ではなかったために、詳細計算モデルよりも大幅に燃焼度を過小評価した。詳細計算モデルでは、フルエンスモニタの測定結果を適切に処理して得られた、フルエンスモニタの反応率を燃焼計算時の熱出力の規格化に使用した。しかしながら、特にトリア系の試料については、計算モデル間でミクロ断面積にほとんど差がないことから、適切な規格化を行えば、簡易計算モデルでも十分な計算精度が得られることが予想される。

ORIGEN2コードによる計算では、コードに標準で用意されているPWR用のライブラリを使用した場合には、Pu-239のミクロ断面積や燃焼度を大幅に過小評価することが分かった。これは、照射が行われたJRR-3の照射孔がペリリウム反射体中であり、照射場のスペクトルが一般的なPWRの炉心スペクトルよりもかなり軟らかいためである。

SRACで計算したPu-239のミクロ断面積を使用してORIGEN2による計算を行った場合には、SRACと同様の計算結果が得られる。

MVPコードにより、SRACの計算モデルの妥当性の検証を行った。その結果、1次元モデルのPu-239ミクロ断面積が3次元モデルよりも10%程度小さな値となっていることが分かった。これは、照射キャップセルの構造上、垂直方向の高速中性子のストリーミングが無視できず、しかしながら、1次元モデルではこの効果を考慮できないためと考えられる。この結果からは、SRACによる燃焼度の計算結果は、実際の測定値をいくぶん過小評価している可能性がある。

謝 辞

本研究を行うにあたり、本特別チーム内だけでなく、多くの皆さまから、さまざまなご助力をいただきました。

SRACコードの使用にあたっては、炉特性研究室・奥村啓介氏にさまざまな便宜を図っていたくとともに、コードの機能拡張等も行っていただきました。ORIGEN2コードの使用にあたっては、核燃料サイクル安全評価研究室・須山賢也氏、本特別チーム・白数訓子氏に、使用法を含めたアドバイスをいただきました。MVPコードの使用に際しては、炉特性研究室・長家康展氏にさまざまな相談に乗っていただきました。

その他にも数多くの方々から多大なご支援をいただきました。皆さんに深く感謝いたします。

参考文献

- 1) H. Akie, et. al., "A NEW FUEL MATERIAL FOR ONCE-THROUGH WEAPONS PLUTONIUM BURNING", Nuclear Technology, vol. 107, p.182(1994).
- 2) 室村, 他, "岩石型プルトニウム燃料・燃焼法研究の現状", 日本原子力学会「1997年春の年会」要旨集第II分冊G45, 日本原子力学会(1997).
- 3) 山田, 他, "JRR-3Mでの照射試験", 日本原子力学会「1997年春の年会」要旨集第II分冊G49, 日本原子力学会(1997).
- 4) 奥村啓介, 他, "SRAC95;汎用核計算コードシステム", JAERI-Data/Code 96-015(1996).
- 5) A. G. Croff, "A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code", ORNL/TM-7175(1980).
- 6) 森貴正, 他, "MVP/GMVP 連続エネルギー法及び他群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード", JAERI-Data/Code 94-007(1994).
- 7) 研究炉利用課, "BRF-24HキャプセルF/M測定結果", 私信(1996).
- 8) 中野, 他, "岩石型プルトニウム燃料照射試験の燃焼解析", 日本原子力学会「1997年春の年会」要旨集第II分冊G51, 日本原子力学会(1997).
- 9) (Ed.) K. SHIBATA, et. al., "CURVES AND TABLES OF NEUTRON CROSS SECTIONS IN JENDL-3.2", JAERI-Data/Code 97-003(1997).
- 10) 天野, 他, "岩石型プルトニウム燃料の照射後試験", 日本原子力学会「1997年春の年会」要旨集第II分冊G50, 日本原子力学会(1997).

謝 辞

本研究を行うにあたり、本特別チーム内だけでなく、多くの皆さまから、さまざまなご助力をいただきました。

SRACコードの使用にあたっては、炉特性研究室・奥村啓介氏にさまざまな便宜を図っていたくとともに、コードの機能拡張等も行っていただきました。ORIGEN2コードの使用にあたっては、核燃料サイクル安全評価研究室・須山賢也氏、本特別チーム・白数訓子氏に、使用法を含めたアドバイスをいただきました。MVPコードの使用に際しては、炉特性研究室・長家康展氏にさまざまな相談に乗っていただきました。

その他にも数多くの方々から多大なご支援をいただきました。皆さまに深く感謝いたします。

参考文献

- 1) H. Akie, et. al., " A NEW FUEL MATERIAL FOR ONCE-THROUGH WEAPONS PLUTONIUM BURNING ", Nuclear Technology, vol. 107, p.182(1994).
- 2) 室村, 他, "岩石型プルトニウム燃料・燃焼法研究の現状", 日本原子力学会「1997年春の年会」要旨集第II分冊G45, 日本原子力学会(1997).
- 3) 山田, 他, " JRR-3Mでの照射試験", 日本原子力学会「1997年春の年会」要旨集第II分冊G49, 日本原子力学会(1997).
- 4) 奥村啓介, 他, "SRAC95;汎用核計算コードシステム", JAERI-Data/Code 96-015(1996).
- 5) A. G. Croff, "A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code", ORNL/TM-7175(1980).
- 6) 森貴正, 他, " MVP/GMVP 連続エネルギー法及び他群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード", JAERI-Data/Code 94-007(1994).
- 7) 研究炉利用課, " BRF-24Hキャップセル F/M測定結果", 私信(1996).
- 8) 中野, 他, " 岩石型プルトニウム燃料照射試験の燃焼解析", 日本原子力学会「1997年春の年会」要旨集第II分冊G51, 日本原子力学会(1997).
- 9) (Ed.) K. SHIBATA, et. al., " CURVES AND TABLES OF NEUTRON CROSS SECTIONS IN JENDL-3.2", JAERI-Data/Code 97-003(1997).
- 10) 天野, 他, " 岩石型プルトニウム燃料の照射後試験", 日本原子力学会「1997年春の年会」要旨集第II分冊G50, 日本原子力学会(1997).

Appendix-A ライブラリを変化させた場合の燃焼度の変化について

SRACにより、JENDL-3.2、JENDL-3.1、JENDL-2を用いてPu-239の1群断面積を求めて比較した。また、この断面積を使用して、ORIGEN2による1サイクル分のみの燃焼計算を行い、燃焼度の比較を行った。

Table A-1 ライブラリの違いによる燃焼度の違い

Library	SRACで求めた燃焼初期一群断面積 (b)			ORIGEN2での燃焼度 (1サイクル分,Pu-239%)
	Capture	Fission	N2N	
JENDL-3.2	9.691E+01	2.091E+02	1.077E-03	9.86
JENDL-3.1	9.698E+01	2.090E+02	1.139E-03	9.86
JENDL-2	9.642E+01	2.179E+02	3.432E-03	10.10

JENDL-3.2とJENDL-3.1ではほとんど差はない。また、JENDL-2は、核分裂断面積が他のライブラリよりも幾分大きめで、これにともない燃焼度も高くなっている。

Appendix-B フルエンスモニタの測定値と、計算時の熱出力の規格化について

Pu試料の照射量を測定する目的で、フルエンスモニタが試料ケース中に設置され、試料取り出し後、ガンマ線計数率の測定が測定担当者により行われた⁷⁾。フルエンスモニタの材質は、熱中性子用にコバルト、高速中性子用は鉄である。以下に、その際に用いられた評価式および各種定数を示す。この(B-1)式は、4サイクルにわたり照射が行われていることを考慮し、かつ反応によるフルエンスモニタ核種（たとえばCo-59）の減損を無視することによって導かれる。

$$\phi = \frac{1}{N_0} \times \frac{1}{\sigma_a} \times \frac{1}{\alpha} \times \frac{K}{\varepsilon \cdot Y_\gamma} \times \frac{\lambda \cdot t_m}{1 - \exp(-\lambda \cdot t_m)} \div \sum_{l=1}^4 \frac{1 - \exp(-\lambda \cdot t_i)_l}{\exp(\lambda \cdot t_c)_l} \quad (B-1)$$

ここで、上式を第2段試料ケース中に設置されたコバルトモニタに当てはめ、⁵⁹Co(n,γ)⁶⁰Co反応で生じる⁶⁰Coが、半減期5.27年で放出する1.173MeVのγ線について評価する。

N_0 : Coの原子数	2.53E+15
σ_a : Co-59の吸収断面積	37 (barn)
α : Co中のCo-59の存在比	1.0
K : 1.173MeVのγ線計数率	52.1 (cps)
ε : 1.173MeVのγ線の検出効率（測定距離 200 mm）	2.7E-4
Y_γ : Co-60の1.173MeVのγ線放出率	0.999
λ : Co-60の崩壊定数	4.1698E-9 (s ⁻¹)
t_m : 試料の計測時間	300 (s)
t_i : 試料の照射時間	Table B-1
t_c : 試料の冷却時間	Table B-1

各サイクルでの照射時間 t_i と冷却時間 t_c をTable B-1に示す。

Table B-1 各サイクルのフルエンスモニタの照射時間と冷却時間

No. of Irradiation Cycle ($l =$)	Irradiation Time (s) t_i	Cooling Time (s) t_c	$\sum_{l=1}^4 \frac{1 - \exp(-\lambda \cdot t_i)_l}{\exp(\lambda \cdot t_c)_l}$
1	2165400	54862080	7.151E-3
2	2152080	40346880	7.550E-3
3	1906200	37322880	6.776E-3
4	2165400	34298880	7.791E-3

また、Co-60の半減期に対して測定時間 t_m は十分短いので、(B-1)式右辺第6項は、

$$\frac{\lambda \cdot t_m}{1 - \exp(-\lambda \cdot t_m)} = 1.0$$

となる。

以上の式および数値を使用すると

$$\phi = 7.07E+13 \text{ (n/cm}^2\text{s)}$$

となる。

当初 γ 線計数率測定直後は、この7.07E+13が熱中性子束の測定値とされ、SRAC簡易モデルでの計算で熱出力の規格化にも使用した。これは、従来よりコバルトが熱中性子束のモニタとして使用されてきたためである。このために、Co-59の吸収断面積 σ_a にも、従来より測定者らの間で用いられてきた熱群での値の37barnを使用している。

しかしながら、今回の照射では、コバルトモニタのカドミ比が測定されておらず、測定された γ 線計数率から熱中性子寄与分を抽出することは出来ない。このため、今回の測定から熱中性子束を算出することは出来ず、ここまで評価で求めた7.07E+13という数値は、正しい熱中性子束の値とはならない。正しくは、 σ_a に全エネルギー群に対する1群吸収断面積の値を用い、得られた中性子束を全中性子束とするべきである。

詳細計算モデルにおいては、規格化の方式を変更した。(B-1)式の両辺に、吸収断面積 σ_a 、Coの原子数 N_0 、Co中のCo-59の存在比 α を掛けると(B-2)式となり、これは、全エネルギー群中性子束によるCo-59の反応率を表す式となる。

$$\phi \cdot N_0 \cdot \sigma_a \cdot \alpha = \frac{K}{\varepsilon \cdot Y_\gamma} \times \frac{\lambda \cdot t_m}{1 - \exp(-\lambda \cdot t_m)} \div \sum_{l=1}^4 \frac{1 - \exp(-\lambda \cdot t_i)_l}{\exp(\lambda \cdot t_c)_l} \quad (\text{B-2})$$

この反応率は、測定で得られた γ 線計数率を正しく評価して得られる、正確な物理量である。ただし、 γ 線計数率の誤差（検出効率等を含む）とCo-60の半減期等の基本核定数の誤差、および(B-1)式導出の際に用いた近似による誤差を含んでいる。詳細計算モデルでは、フルエンスモニタも、その形状を近似することなく計算体系に取りこめる。そこで、計算の際に得られるフルエンスモニタ内の全群平均中性子束および1群実効吸収断面積を掛け合わせて反応率を求め、この値が測定から得られた反応率と等しくなるように燃焼計算時の熱出力を設定した。

詳細モデルによる計算では、72群のコバルトモニタ（Co-59）の実効吸収断面積が計算できる。

Fig. B-1に第2段試料ケース内のコバルトモニタ (Co-59) の72群の照射前の実効吸収断面積と、モニタ内の中性子エネルギースペクトルを示す。この72群断面積をコバルトモニタのスペクトルで1群に縮約すると、その値は、

$$\sigma_{a,total} = 1.236E+2 \text{ (barn)}$$

となる。また、熱群 (0.602 eV以下) についてのみ縮約すると、

$$\sigma_{a,th} = 2.539E+1 \text{ (barn)}$$

となる。これは、当初用いていた値 (=37 barn) に比べてかなり小さくなっている。これは、Co-59の多群実効断面積や、それを縮約する際のスペクトルが異なっていることが原因と考えられる。このことからも、中性子束モニタの放射化量から中性子束等を算出する場合には、そのケースごとに正確に計算された実効断面積を使用することが重要であることが再認識される。

Co-59 Microscopic Absorption Cross Section Calculated by SRAC-PIJ with Fine Geometry (IGT=11) , 2nd Case (temp=1000 C) ,
 Temp of Cal: Co-59=1140K , Pu=1270K
 Neutron Spectra of Co-59 Flux Monitor Position

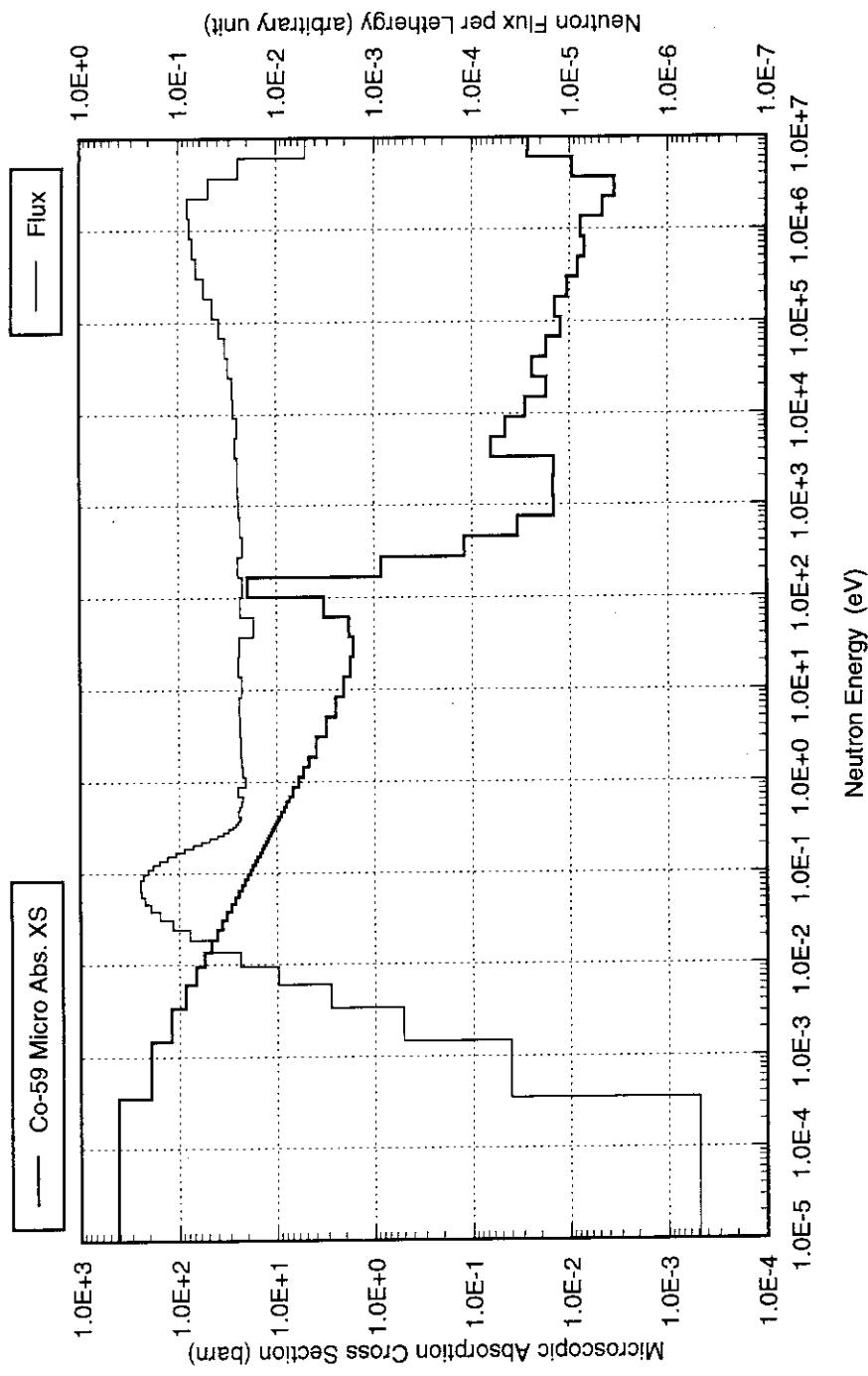


Fig. B-1 Microscopic Absorption Cross Section and Neutron Energy Spectrum of Cobalt Fluence Monitor